



а)



б)

Рисунок 2. Общий вид PB-3 (а) и PB-30 (б)

Оснащение стенда разъединителями позволило: проводить испытания не только в униполярном, но и колебательном режимах; сократить время испытаний выключателей и повысить КПД конденсаторных батарей. Проведенные испытания показали высокую надежность работы изготовленных разъединителей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Каплан В.В., Нашатырь В.М. Синтетические испытания высоковольтных выключателей. – Л.: Энергия. Ленингр. отд-ние, 1980. -200 с., ил.

НЕЙТРОННО – ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ В ОБОСНОВАНИИ МОДЕРНИЗАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ1.М

Б. М Закуов, Ю. Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

634050, г. Томск, пр. Ленина, 30

e-mail: berik.maratovich@bk.ru

Исследовательский реактор ИВГ1.М является последней модернизацией реактора ИВГ1, который проектировался для исследования прототипов ядерно – ракетных двигателей. Последняя модернизация реактора была проведена в 1990 году. Результатом которой стала замена газового теплоносителя с открытым выхлопом в атмосферу на водяной теплоноситель с циркуляцией его в замкнутом контуре. Органы управления реактора оставались не усовершенствованными. Благодаря этому есть надежная возможность работы исследовательского реактора в современных условиях. Тем не менее, довольно быстро обнаружались недостатки реактора как исследовательского. Основным недостатком является небольшое время кампании реактора. Связанная с тем, что органы регулирования реактора восполняли реактивность в начале кампании, который рассчитан на малый интеграл энерговыделения в кампании. Еще одной причиной снижения обогащения топлива стала международная программа по понижению обогащения топлива исследовательских реакторов. Были подобраны несколько видов топлива для активной зоны реактора ИВГ1.М.

В качестве кандидатного топлива в активной зоне реактора рассматривается применение керметного топлива на основе микро топлива с матричной структурой с обогащением 19 % по изотопу урана ^{235}U . Такое топливо характеризуется отсутствием прямых контактов между топливными частицами благодаря их равномерному распределению в металлической матрице. Это достигается использованием сферических топливных частиц, предварительно покрытых материалом матрицы, и их изостатическим прессованием в сердечники. Для расчетов подобраны 3 варианта конструкции ТВС с керметным топливом, отличающиеся диаметром и количеством твэлов. Следующим топливом для загрузки реактора был выбран монокристалл урана UN и U-Zr-C-N, который был синтезирован в ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» в городе Подольск. По всем теплофизическим характеристикам диоксид урана уступает церконию карбонитриду урана.

Целью данной работы является исследование возможности замены существующего высокообогащенного топлива активной зоны реактора ИВГ.1М на новое топливо с обогащением по ^{235}U не более 20%, и приведение параметров реактора к требованиям, предъявляемым к исследовательским реакторам такого типа.

В ходе работы было создано и рассчитано 2 трехмерных компьютерных модели АЗ. С помощью данной модели проведены расчеты нейтронно – физических параметров активной зоны с предложенными видами топлива в программе MCU5, которая предназначена для решения неаналоговыми и аналоговыми методами Монте-Карло неоднородных уравнений переноса фотонов и нейтронов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРА

1. Г. Я. Мерзликин. Основы физической теории ядерных реакторов. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001. 343с.
2. М. А. Калугин. Новые алгоритмы методы Монте – карло для решения нейтронно – физических задач и верификации инженерных программ расчета реакторов. Москва. 1999. 158с.
3. Г. А. Бать, А.С. Коченов, Л.П. Кабанов. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1985. 280с.

СОЗДАНИЕ ИЯУ МБИР

С.А. Киверов, С.И. Новиков, В.Р. Парфенов

Акционерное общество «Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (АО «ГНЦ НИИАР»),
Россия, г. Дмитровград-10, Ульяновская обл., 433510

E-mail: SAKiverov@niiar.ru

В рамках реализации финансируемой Правительством Российской Федерации федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года» на площадке АО «ГНЦ НИИАР» в г. Дмитровград, Ульяновская область ведется сооружение многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР).

Реактор МБИР, самый мощный из действующих, сооружаемых и проектируемых в мире исследовательских реакторов, который полностью заменит быстрый исследовательский реактор БОР-60, построенный почти полвека назад и успешно эксплуатируемый все эти годы на площадке АО «ГНЦ НИИАР».

Сооружение реактора МБИР позволит существенно расширить экспериментальные возможности российской исследовательской базы, а также выполнять работы для зарубежных заказчиков, включая совместные международные проекты в рамках планируемого на базе МБИР международного центра исследований (МЦИ) коллективного пользования.

Уникальные технические характеристики и потребительские свойства реактора МБИР нацелены на решение широкого спектра актуальных исследовательских задач в обоснование долгосрочного развития атомной энергетики и замыкания ядерного топливного цикла, а также решение прикладных задач в области отработки технологий в интересах медицины, космической отрасли, электронной промышленности, производства радиоизотопов и радиационно-модифицированных материалов.

Ключевые параметры:

- тепловая мощность реактора – до 150 МВт;
- мощность электрическая – до 55 МВт;
- компоновка – петлевая;